



NEUTRONS
FOR SCIENCE

Rapport annuel Réacteur Haut Flux
Institut Laue-Langevin

2013

RAPPORT TRANSPARENCE ET SÉCURITÉ NUCLÉAIRE

Réacteur Haut Flux - Institut Laue-Langevin



SOMMAIRE

Introduction.....	5
Présentation de l’Institut et du Réacteur à Haut Flux	5
Le réacteur	5
L’utilisation des neutrons par les scientifiques.....	7
Quelques exemples de belles réussites scientifiques en 2013 :	9
Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.....	10
Dispositions générales d’organisation.....	11
Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire	12
Généralités.....	12
Faits marquants en matière de sûreté.....	13
Contrôles internes et externes.....	15
Bilan des transports de matières radioactives	15
Exercices de préparation aux situations d’urgence	15
Perspectives pour l’année 2014.....	16
Dispositions techniques en matière de radioprotection	16
Généralités.....	16
Faits marquants de l’année 2013	17
Dosimétrie du personnel : résultats.....	17
Événements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection	18
Généralités.....	18
Bilan 2013	20
Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux	22
Les rejets gazeux	22
Les rejets liquides.....	24
Les rejets non radioactifs.....	25
Impact des rejets sur l’environnement.....	26
Impact des rejets gazeux	26
Impact des rejets liquides.....	27

Gestion des déchets radioactifs.....	27
Quantité de déchets évacués en 2013	28
Déchets de laboratoire.....	28
Déchets TFA	28
Déchets FA/MA/HA	28
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2012	29
Quantité de déchets présents dans l’installation en fin d’année 2013	30
Glossaire.....	31
Avis du CHSCT	34

Introduction

L'Institut Laue-Langevin (ILL) est un organisme de recherche de renommée internationale en sciences et techniques neutroniques. L'ILL propose aux scientifiques une instrumentation de haute technologie. Institut de service, il met ses équipements à la disposition de la communauté scientifique internationale. Plus de 750 expériences sont effectuées chaque année à l'ILL, et environ 1500 chercheurs viennent y réaliser leurs programmes, sélectionnés par un comité scientifique.

L'Institut est doté d'une source de neutrons très intense, le Réacteur nucléaire à Haut Flux qui constitue l'Installation Nucléaire de Base n° 67. L'installation est soumise au Décret n° 94-1042 du 5 décembre 1994 portant nouvelle autorisation de création par l'Institut Max Von Laue-Paul Langevin d'une installation dénommée Réacteur à Haut Flux, sur le site de Grenoble (Isère).

Conformément à l'article 21 de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (loi TSN), l'Institut Laue-Langevin, en tant qu'exploitant d'une Installation Nucléaire de Base, doit produire chaque année un rapport d'information du public. Ce rapport est présenté ci-après.

Présentation de l'Institut et du Réacteur à Haut Flux

L'Institut Laue-Langevin et le Réacteur à Haut Flux sont situés au Nord du polygone scientifique de Grenoble (voir photo ci-dessous), sur un site regroupant plusieurs organismes scientifiques :

- ✓ l'ILL,
- ✓ l'ESRF, European Synchrotron Radiation Facility,
- ✓ l'EMBL, European Molecular Biology Laboratory,
- ✓ le CIBB, Carl-Ivar Bränden Building, bâtiment abritant des partenariats scientifiques en biologie structurale et en virologie,
- ✓ l'IBS, Institut de Biologie structurale, depuis fin août 2013.

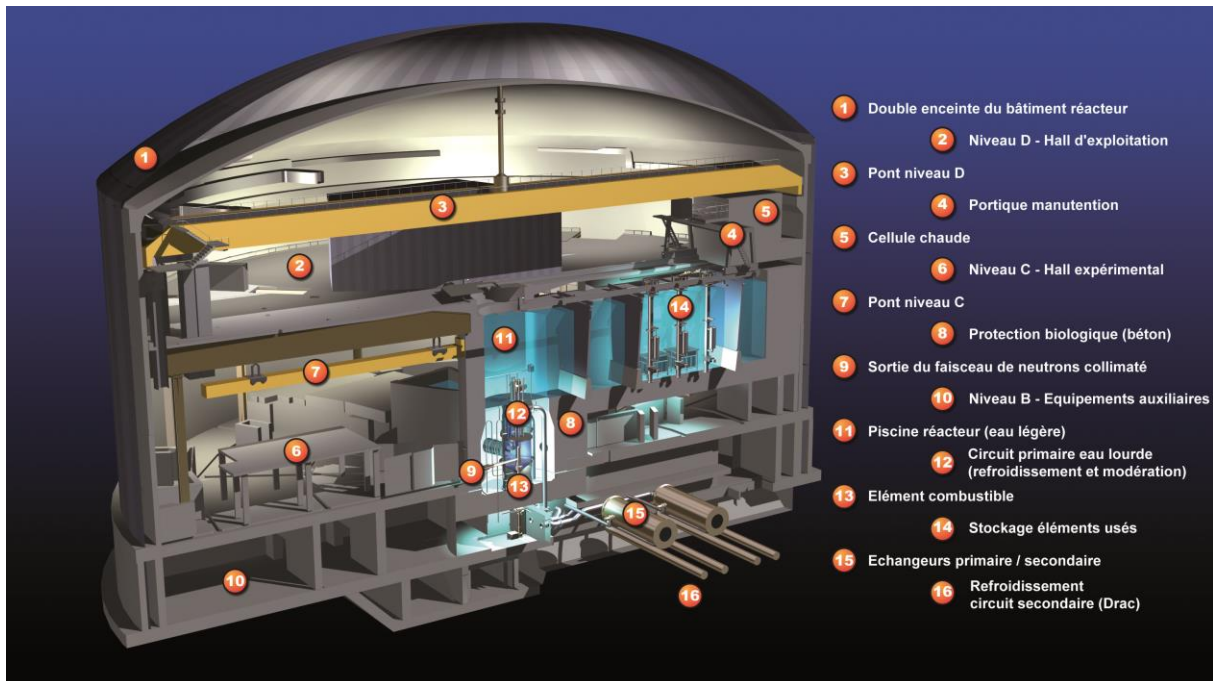
1300 personnes travaillent sur ce site.

L'Institut Laue-Langevin est géré par trois pays associés, la France (CEA et CNRS), l'Allemagne et le Royaume-Uni. Dix partenaires scientifiques participent également à son financement. Son budget pour 2013 était de 100,5 M€. 497 personnes de 44 nationalités différentes travaillent à l'ILL.

Le réacteur

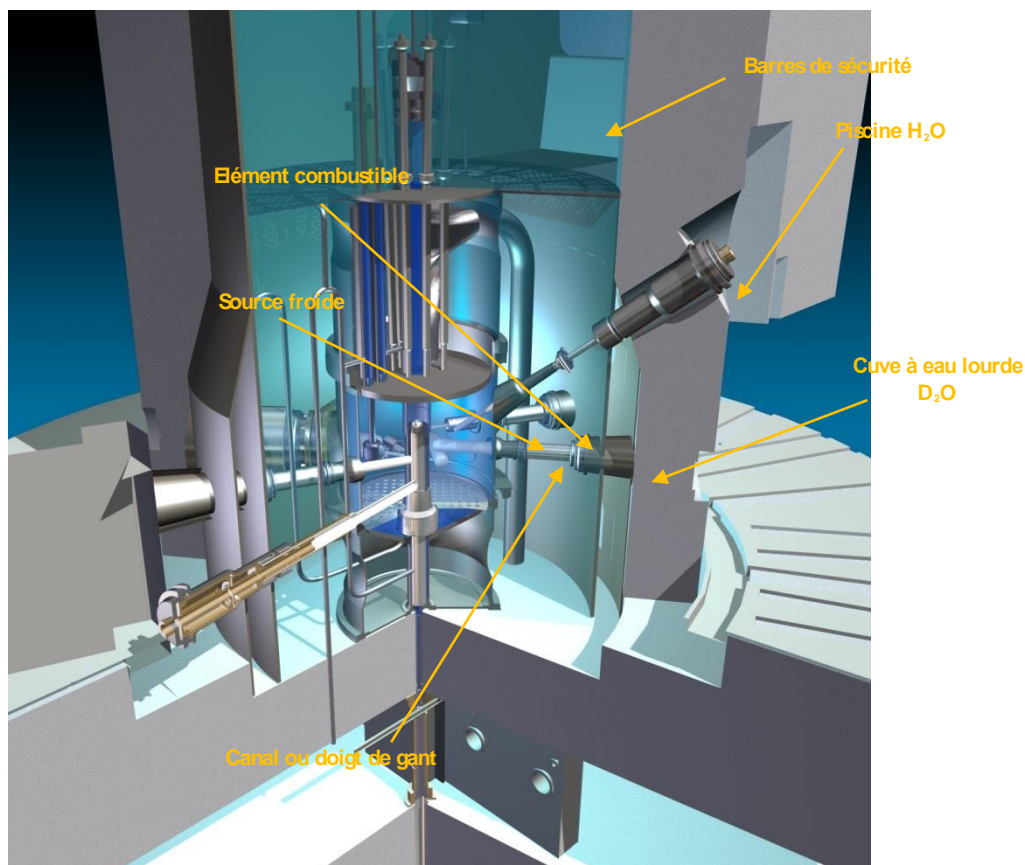
Le Réacteur à Haut Flux de l'ILL fonctionne en continu durant des cycles de 50 jours. Son cœur est constitué d'un élément combustible unique d'Uranium très enrichi refroidi à l'eau lourde et permet ainsi de produire le flux de neutrons le plus intense du monde soit $1,5 \times 10^{15}$ neutrons par seconde et par cm^2 . La puissance thermique, de 58 MW, n'est pas réutilisée et est évacuée par un circuit secondaire alimenté par l'eau du DRAC. La cuve à eau lourde contenant le cœur est située dans une piscine remplie d'eau déminéralisée qui assure une protection vis-à-vis des rayonnements neutrons et gammas émis par le cœur. Le réacteur est piloté au moyen d'une barre

absorbante de neutrons que l'on extrait au fur et à mesure de la consommation de l'uranium. Il possède, en outre, 5 barres de sécurité, également absorbantes de neutrons, dont la fonction est l'arrêt d'urgence du réacteur.



Les neutrons produits dans le réacteur par la **réaction de fission** ont une très grande énergie (vitesse : 20 000 km/s). Ils sont ralentis par l'eau lourde afin de pouvoir à la fois provoquer de nouvelles fissions pour entretenir la réaction en chaîne (neutrons thermiques dont la vitesse est de 2,2 km/s) et alimenter les dispositifs expérimentaux des scientifiques.

Trois dispositifs situés à proximité immédiate du cœur permettent également de produire des neutrons chauds (10 km/s) ainsi que les neutrons froids et ultra-froids (700 m/s et 10 m/s) : il s'agit d'une part de la source chaude, constituée d'une sphère de graphite maintenue à 2600°C et de deux sources froides, dont la plus importante est constituée d'une sphère contenant 20 litres de Deutérium maintenue à l'état liquide à -248°C dans laquelle les neutrons, par une succession de collisions avec les atomes de deutérium sont ralentis à l'énergie recherchée. Les neutrons sont alors prélevés au sein de la cuve par une vingtaine de canaux, dont certains pointent sur l'une des sources froides ou chaude. Ces canaux, prolongés par des guides de neutrons, alimentent ensuite une quarantaine d'aires expérimentales équipées d'une instrumentation de pointe situées jusqu'à 100 mètres du réacteur.



3 cycles de fonctionnement ont été effectués en 2013. Le cycle 168 s'est déroulé sans événement notable. Le cycle 169 a été interrompu du 7 juin 13h30 au 10 juin 9h15 en raison d'un mouvement de grève. Le cycle 170 a connu une Baisse de Puissance Contrôlée (automatisme) due à l'arrêt momentané d'une pompe principale le 30 juillet de 8h47 à 9h15. A partir du 9 août, une phase d'arrêt de 1 an a démarré. Initialement prévu pour la rénovation complète des guides de neutrons alimentant le bâtiment ILL22, cet arrêt a aussi été mis à profit pour réaliser les travaux auxquels s'est engagé l'ILL suite aux études complémentaires de sûreté dans le cadre du retour d'expérience de l'accident de Fukushima.

L'utilisation des neutrons par les scientifiques

Les neutrons permettent d'explorer la matière de façon non-destructive, dans les domaines scientifiques les plus variés : physique, chimie, biologie et biotechnologies, nanotechnologies, géosciences ou génie-civil. Le principe de la majorité des expériences est toujours le même : les scientifiques placent l'échantillon de matière à étudier dans le faisceau de neutrons issu du réacteur (après avoir sélectionné finement l'énergie des neutrons au moyen de monochromateurs et de collimateurs) ; les neutrons sont diffusés par l'échantillon ; la détection et la mesure des neutrons diffusés leur fournit, après traitement, des informations sur les caractéristiques physiques de leur échantillon. L'objectif essentiel est d'approfondir les connaissances sur la matière, quel que soit son état, afin de développer les matériaux et les médicaments du futur.

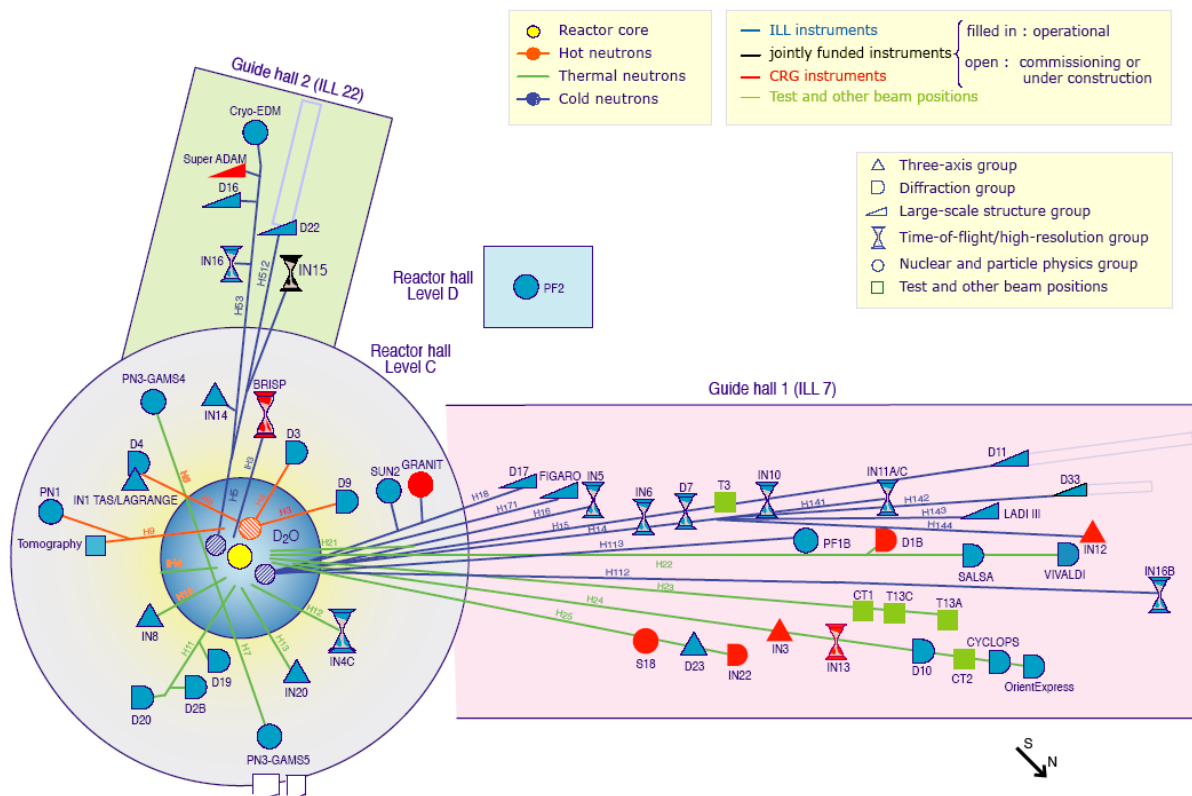


Hall d'expériences



Une aire expérimentale

Plus de cinquante instruments (voir schéma ci-dessous) permettent ainsi aux physiciens du monde entier de venir effectuer des expériences, dont les résultats devront être publics (publication dans des revues scientifiques) et dont les applications devront rester dans le domaine civil.



Quelques exemples de belles réussites scientifiques en 2013 :

[Les neutrons contribuent à expliquer l'intoxication à l'ozone et ses liens à des milliers de morts prématurées](#)

Une équipe de chercheurs des Collèges Birkbeck et Royal Holloway de l'Université de Londres et de l'Université Uppsala en Suède a utilisé les neutrons de l'Institut Laue-Langevin à Grenoble et la source de neutrons britannique ISIS pour observer comment une dose relativement faible d'ozone attaquait les molécules lipidiques qui recouvrent la surface du poumon. La présence de molécules lipidiques est cruciale pour l'échange de dioxyde d'oxygène et de carbone car elles empêchent les surfaces humides de s'effondrer. Les chercheurs ont effectué des études de réflexion sur une monocouche lipidique artificielle, créée pour imiter la surface pulmonaire. La couche lipidique a été exposée à un mélange gazeux dilué d'ozone, et les changements de sa structure ou tension superficielle ont été étudiés en temps réel. La concentration d'ozone était environ de 100 parts pour un milliard (0.1 ppm), équivalente à ce que l'on peut trouver dans une ville polluée en été.

Certains aspects du mécanisme de dégradation par l'ozone ont ainsi pu être mis en évidence. La prochaine étape consistera à chercher à adapter le modèle pour représenter les conditions des personnes souffrant de différentes formes de problèmes respiratoires chroniques, afin d'essayer de comprendre pourquoi l'ozone semble affecter plus sévèrement les uns que les autres.

[Les études par diffraction de neutrons des inhibiteurs du VIH mettent en évidence de nouveaux développements possibles dans la conception de médicaments pour améliorer leur efficacité, lutter contre la résistance et réduire le dosage.](#)

La première étude des interactions entre un inhibiteur clinique couramment utilisé et l'enzyme protéase VIH 1 a été réalisée par une équipe internationale composée de membres américains, britanniques et français, qui ont utilisé les neutrons de l'Institut Laue-Langevin à Grenoble. Elle donne à la médecine la première véritable image montrant comment un médicament antiviral bloque la réplication du virus et comment ses performances pourraient être améliorées.

Les résultats, publiés dans le « Journal of Medicinal Chemistry », et les techniques neutroniques utilisées à l'ILL, serviront de base pour la conception d'une nouvelle génération de produits pharmaceutiques plus efficaces pour traiter des problèmes comme la pharmacorésistance.

[Mieux purifier l'eau grâce aux graines des arbres Moringa](#)

Les graines des arbres Moringa oleifera peuvent être utilisées pour purifier l'eau. Une équipe de recherche menée par l'Université d'Uppsala a découvert que les protéines de graines de Moringa peuvent fournir un processus de purification plus efficace que le processus actuel à base de matières synthétiques. Cette collaboration internationale de chercheurs a utilisé les neutrons de l'ILL, en France, et ceux du NCNR aux États-Unis.

Une eau saine est essentielle pour la santé. Dans de nombreux pays, il reste difficile d'avoir accès à l'eau potable. Même les pays développés pourraient profiter d'un processus qui traite les eaux usées sans y ajouter de produits chimiques synthétiques supplémentaires.

Dans ce projet, des scientifiques de plusieurs pays ont étudié comment des extraits de graines des arbres Moringa pouvaient être utilisés pour purifier l'eau. Les protéines contenues dans ses graines se lient aux impuretés, ce qui provoque leur agrégation et facilite ainsi la séparation de l'eau et des agrégats de particules en suspension.

L'étude tout juste publiée dans le journal « Colloids and Surfaces » est une nouvelle étape vers l'optimisation du processus de purification de l'eau. Des chercheurs de l'Université d'Uppsala, associés à des collègues de Lund, de Namibie, du Botswana, de France et des États-Unis, ont étudié la structure microscopique des agrégats formés avec les protéines. Les résultats montrent que les agrégats (ou floes) ainsi formés sont beaucoup plus compacts que ceux formés par les agents de floculation conventionnels. L'efficacité de ce processus de purification de l'eau est donc meilleure puisque ces floes peuvent être séparés plus facilement.

Cette nouvelle étude compare la protéine des graines de différentes variétés d'arbres de Moringa poussant dans plusieurs pays. Elle permet également de faire des estimations sur la quantité optimale d'extrait de graines qui devrait être utilisée pour minimiser les résidus dans l'eau traitée.

Pour réaliser ces travaux, les chercheurs ont utilisé les installations de recherche de l'Institut Laue-Langevin, en France, et du Centre de Recherche Neutronique du NIST aux États-Unis. Des outils de recherche puissants comme les équipements de diffusion neutronique sont des atouts importants pour répondre aux défis que doivent affronter les pays développés et les régions industrialisées.

Les nouvelles méthodes durables de traitement des eaux suscitent aujourd'hui un vif intérêt. Les chercheurs ont déjà présenté les résultats de leur étude aux agences gouvernementales et aux organismes publics, en particulier en Namibie et au Botswana. Des discussions sont en cours sur le meilleur usage des graines de Moringa, à la fois pour remplacer les floculants conventionnels utilisés dans les grandes stations de traitement des eaux et dans les petites unités de traitement. Des matières similaires pourraient être aussi utilisées en Europe, à la fois pour produire de l'eau potable et pour traiter les eaux usées.

Dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection

L'une des spécificités des installations nucléaires est de présenter des risques potentiels liés à la mise en œuvre de substances radioactives émettant des **rayonnements ionisants**. Dans le cas du Réacteur à Haut Flux, il s'agit essentiellement des **produits de fission radioactifs** produits dans le cœur du réacteur par la réaction de fission et **des produits d'activation** résultant de l'action des neutrons (issus de la fission) sur les matériaux constituant les structures proches du cœur. En cas d'accident, ces substances radioactives, si elles étaient relâchées dans les bâtiments de l'installation et dans l'environnement, pourraient entraîner des expositions significatives des travailleurs et des personnes du public, ainsi que des contaminations de l'environnement. C'est pourquoi, à l'ILL, comme dans toute installation nucléaire, des dispositions techniques et organisationnelles sont mises en œuvre pour réduire les risques à un niveau jugé acceptable. Ceci constitue le domaine de la sûreté nucléaire, qui recouvre les dispositions destinées à :

- Assurer le fonctionnement normal du réacteur en respectant les normes en matière de rejets d'effluents radioactifs (gazeux et liquides) et en matière d'exposition du personnel.
- Prévenir les incidents et accidents.
- Limiter les conséquences des incidents et accidents susceptibles de se produire malgré les mesures prises pour les éviter.

Dispositions générales d'organisation

L'Institut Laue-Langevin exploitant nucléaire du Réacteur à Haut Flux est organisé en quatre divisions :

- la Division Science (DS), qui regroupe les scientifiques permanents et les techniciens affectés aux aires expérimentales,
- la Division Projets Techniques (DPT) qui conçoit et assure la maintenance des outils expérimentaux : guides neutrons, monochromateurs, spectromètres, diffractomètres, détecteurs, cryostats et cryo aimants...,
- la Division Administration (DA), chargée des aspects finances et ressources humaines,
- la Division Réacteur (DRe) qui est chargée d'assurer le fonctionnement, la maintenance et la sûreté du réacteur.

Le Chef de la Division Réacteur est le Chef de l'INB 67 par délégation du Directeur de l'ILL. Il est responsable de la sûreté nucléaire et de l'exploitation du Réacteur à Haut Flux. Il s'appuie pour cela sur deux ingénieurs sûreté et 3 services responsables de l'exploitation et de la conduite du réacteur, ainsi que de sa maintenance (soit environ 90 personnes).

La conduite du réacteur est assurée par 6 équipes de quart, composées chacune de 5 agents et travaillant en 2x12h.

Un Ingénieur est d'astreinte en permanence et assume, par délégation du chef de la Division Réacteur, la responsabilité d'intervention immédiate dans les différentes phases de fonctionnement du réacteur.

L'exploitation du Réacteur à Haut flux est réalisée conformément à son référentiel de sûreté, composé d'un rapport de sûreté et de règles générales d'exploitation approuvés par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), ainsi que de prescriptions techniques notifiées par cette dernière pour le domaine de fonctionnement autorisé. Toute modification de l'installation, visant par exemple à atteindre un meilleur niveau de sûreté ou à l'adapter aux besoins évolutifs de la recherche est soumise à autorisation de l'ASN si elle nécessite une évolution de la démonstration de sûreté, tout en restant conforme au décret d'autorisation de création.

La maîtrise des situations d'urgence repose sur une organisation décrite dans le **Plan d'Urgence Interne (PUI)** approuvé par l'ASN. Lorsque les conséquences d'une situation d'urgence dépassent les limites du site de l'ILL, la préfecture applique le Plan Particulier d'Intervention (PPI). Chaque année, au moins un exercice PUI permet aux personnes impliquées dans l'organisation de crise de s'entraîner. En ce qui concerne le risque incendie, trois personnes formant l'EPI (Equipe de Première Intervention) sont disponibles à tout moment pour intervenir sur un départ

de feu avant l'arrivée de la FLS (Formation Locale de Sécurité) du CEA Grenoble et/ou du SDIS 38. Il s'agit de personnels formés et entraînés au risque incendie qui assument cette fonction en plus de leur poste de travail.

Le Service Radioprotection Sécurité et Environnement (SRSE) rattaché à la direction de l'institut est chargé d'assurer la protection contre les rayonnements ionisants du personnel de l'ILL ainsi que la sécurité du travail ; en outre, le responsable de ce service assure également la fonction de conseiller à la sécurité des transports de matières radioactives au sens de la réglementation des transports de matières radioactives. L'activité de surveillance de l'environnement auparavant assurée par le CEA Grenoble pour le compte de l'ILL est maintenant assurée par le Laboratoire de surveillance de l'environnement du SRSE

Enfin, **Le Service Médical du Travail** assure le suivi particulier des salariés travaillant en milieu ionisant.

Dispositions techniques en matière de sûreté nucléaire

Généralités

Les études de sûreté réalisées tout au long de la vie de l'installation (conception, modifications) reposent sur le principe de la défense en profondeur, qui comporte classiquement trois niveaux :

- Le premier niveau comprend un ensemble de dispositions visant à réduire le risque de sortie du domaine de fonctionnement normal ; il s'agit : de dispositions de conception prenant en compte des marges de sécurité, de mise en œuvre de programmes de maintenance préventive, de l'établissement de procédures particulières pour les opérations réalisées par les opérateurs.
- Le deuxième niveau vise à maîtriser les écarts par rapport au fonctionnement normal, avant que ceux-ci ne puissent conduire à un accident : cela peut concerner non seulement la mise en place de système d'arrêt d'urgence, mais aussi la réalisation de contrôles périodiques de bon fonctionnement ;
- Le troisième niveau vise à mettre en place des systèmes de sauvegarde ou des dispositions permettant de limiter les conséquences des accidents en postulant la défaillance des premier et second niveaux.

L'exemple des produits de fissions présents dans l'élément combustible dès que le réacteur a fonctionné quelques heures permet d'illustrer ces principes :

- L'élément a été conçu et est fabriqué pour que la gaine entourant le combustible nucléaire et donc les produits de fissions qui s'y accumulent au cours du cycle de fonctionnement de 50 jours soit une barrière étanche dans les conditions normales de fonctionnement. Le circuit primaire, lui, a été dimensionné pour assurer l'évacuation de la puissance thermique dégagée par la fission et maintenir l'élément en dessous de sa température de fusion : cela constitue l'un des éléments du premier niveau.
- La pression de l'eau du circuit primaire est mesurée en permanence par trois capteurs redondants : Une pression trop basse peut être le signe, soit d'un arrêt des pompes assurant la circulation de l'eau, soit d'une fuite sur le circuit, événements qui peuvent

avoir pour conséquence la perte du refroidissement de l'élément combustible et donc sa fusion. Ainsi, si deux des trois capteurs donnent une mesure inférieure à un certain seuil, l'arrêt immédiat du réacteur par chute des barres de sécurité est provoqué automatiquement afin de ne pas atteindre la température de fusion du cœur : cela constitue l'un des éléments du second niveau.

- Enfin, dans le cas d'un scénario où les systèmes du second niveau seraient inopérants, entraînant la fusion du cœur avec relâchement des produits de fissions dans l'air du hall réacteur, le bâtiment réacteur est équipé d'une part, d'une double enceinte étanche afin de confiner les produits de fission radioactifs à l'intérieur du bâtiment réacteur, et d'autre part d'un circuit d'effluents gazeux permettant de faire baisser la pression de l'air du hall réacteur (pression que peut éventuellement générer l'accident) en effectuant des rejets à la cheminée de 45 m du réacteur en les filtrant avec une très haute efficacité : cela constitue l'un des éléments du troisième niveau.

Suite à l'accident de Fukushima, les études complémentaires de sûreté ont conduit l'ASN et les exploitants à distinguer 3 catégories d'équipements et de moyens dans le troisième niveau, ce qui conduirait à distinguer désormais 5 niveaux de défense en profondeur. Les dossiers afférents des différents exploitants sont actuellement en cours d'étude et de validation.

Les études de sûreté prennent en compte non seulement les défaillances intrinsèques possibles des circuits ou éléments d'installations étudiés, mais aussi les agresseurs de type interne (risque d'incendie, risques liés aux chutes de charge, risque d'explosion...) et les agresseurs externes (risque sismique, risque d'explosion externe, risque d'inondation, risque de chute d'avion ...).

Ce sont ces études de sûreté que l'on trouve dans le rapport de sûreté de l'installation et qui conduisent à définir le domaine de fonctionnement de l'installation dans les RGE (Règles Générales d'Exploitation).

Ces documents étant établis, la sûreté en exploitation vise à s'assurer que l'installation est exploitée conformément aux règles établies, à mettre en place les procédures et consignes nécessaires, ainsi qu'à analyser toute nouvelle opération ou toute modification envisagée sous l'angle de la sûreté.

Faits marquants en matière de sûreté

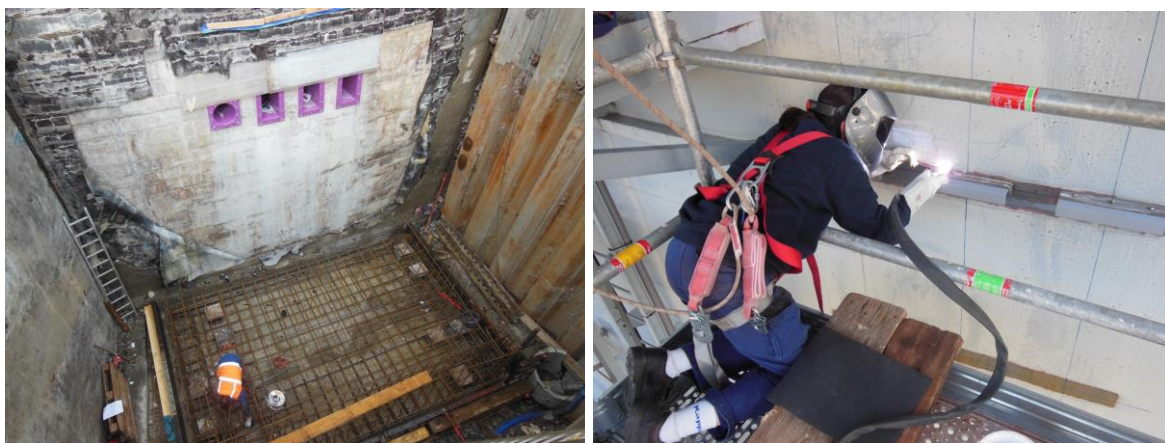
- **Mise en service du procédé GEL** : Le procédé GEL est une unité de dépotage/rempotage de l'eau lourde du circuit primaire en fûts et sur-fûts de 200 litres pour expédition à la société OPG (Canada). Cette société assurera la détritiation de l'eau lourde qui était auparavant effectuée à l'ILL, dans l'unité de détritiation de l'INB 67 à l'arrêt depuis 2004 (purification de l'eau vis-à-vis du tritium, isotope radioactif de l'hydrogène produit par action des neutrons sur le deutérium de l'eau lourde). Ce procédé a été mis en service en juillet 2013. Les premières opérations, qui se sont déroulées jusqu'en fin d'année 2013 ont concerné tout d'abord la réception d'eau lourde peu tritiée, l'expédition de l'eau lourde tritiée à traiter étant prévue au premier semestre 2014.



- **Travaux menés dans le cadre du projet STR (Stress Test Response)** : L'année 2012 avait vu la réalisation du génie-civil du nouveau PCS (Poste de Contrôle de Secours) et le creusement des chemins de câbles reliant le bâtiment réacteur au PCS. Les travaux se sont poursuivis avec la réalisation d'une soixantaine de nouvelles traversées d'enceinte, afin de permettre le passage des câbles et tuyauteries des nouveaux circuits de sauvegarde et de surveillance. La réalisation de ces nouveaux circuits, redondants et dimensionnés au niveau de séisme dit « Séisme Noyau Dur », a débuté dès l'arrêt du réacteur en août 2013. Ces circuits seront pilotables depuis le nouveau PCS, lui aussi en cours d'aménagement. L'objectif du nouveau PCS et des nouveaux circuits de sauvegarde est de pouvoir assurer la maîtrise et la surveillance des fonctions de sûreté (réactivité du cœur, refroidissement du combustible, confinement) dans le cas des scénarios extrêmes étudiés dans le cadre des ECS, le scénario le plus grave étant un séisme extrême sur la faille de Belledonne ayant provoqué la rupture du barrage de Monteynard. Ces circuits, ainsi que leurs fonctions, sont :

- **le CEN** (Circuit d'Eau de Nappe) : il s'agit de deux forages indépendants dans la nappe phréatique, permettant de réalimenter en eau les piscines du réacteur (maîtrise du refroidissement du combustible).
- **le CDS** (Circuit de Dégonflage Sismique) : Il s'agit de deux circuits de ventilations indépendants permettant de maintenir en permanence l'enceinte du réacteur en légère dépression via des filtres de très haute efficacité et des pièges à iode (maîtrise du confinement). ce circuit remplacera l'actuel circuit d'effluents gazeux, en situation accidentelle.
- **les circuits de surveillance** : Ils visent à surveiller les différentes fonctions de sûreté : mesures de niveau et température de l'eau des piscines (refroidissement), mesures de flux neutronique (réactivité), mesures de pression dans l'enceinte du réacteur (confinement).

Ces circuits seront progressivement mis en service à partir de 2014 et jusqu'en 2016, conformément aux exigences de l'ASN communiquées à l'ILL par la décision n° 2013-0381.



Contrôles internes et externes

En ce qui concerne les contrôles internes à l'ILL, l'accent est mis sur la présence et la disponibilité des acteurs de la sûreté et de la qualité auprès des opérateurs réalisant les opérations d'exploitation, de contrôle et de maintenance de l'installation. Ainsi, toutes les procédures d'exploitation sont vérifiées par le Responsable Assurance Qualité de la division réacteur ou l'Ingénieur de Sûreté.

Deux audits internes ont été réalisés avant la mise en service de GEL. Ils visaient à s'assurer que toutes les installations avaient été testées et recettées et que tous les documents d'exploitation étaient disponibles.

Bilan des transports de matières radioactives

Les transports de matières radioactives sont soumis à une réglementation particulière contenue dans l'arrêté du 29 mai 2009 (arrêté TMD) pour les transports par route. En 2012, le bilan des transports de matières radioactives est le suivant :

- Transports d'éléments combustibles usés vers l'usine de retraitement d'AREVA à la Hague : 2
- Transport d'éléments combustibles neufs : 2 arrivées
- Transports d'échantillons et de sources : 29 départs, 53 arrivées
- Transports d'emballages vides : 4 départs, 7 arrivées
- Transports de colis de déchets : 3 départs

Exercices de préparation aux situations d'urgence

- **Exercice PPI du 26 mars 2013** : Le scénario était la fusion de l'élément combustible dans la hotte de déchargement suite à la rupture accidentelle du batardeau ayant entraîné la vidange rapide des canaux 1 et 2 dans la piscine réacteur, alors vide pour travaux. Deux blessés ont été simulés, dont un grave avec intervention du SAMU. Le retour d'expérience a conduit en particulier l'ILL à clarifier ses consignes d'évacuation.
- **Exercice de sécurité du 14 novembre 2013** : L'objectif était d'évacuer un blessé de l'espace annulaire, de nombreux travaux liés au projet STR étant prévus en 2014 dans cet espace. L'évacuation a été réalisée par le SDIS/GRIMP, spécialisé dans les sauvetages en milieu vertical. Le retour d'expérience a montré que la communication était difficile

dans l'espace annulaire : une étude est donc en cours pour y installer des bornes relais pour les téléphones portables internes au site.

Perspectives pour l'année 2014

- Poursuite du Projet STR (Stress Test Response) et mise en service du PCS3 et des circuits de surveillance.
- Diagnostic de l'organisation ILL vis-à-vis de l'arrêté INB du 7 février 2012 et établissement d'un plan d'action.

Dispositions techniques en matière de radioprotection

Généralités

La radioprotection est l'ensemble des règles et des moyens de prévention et de surveillance visant à éviter ou à réduire l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants. A l'ILL, ces rayonnements proviennent essentiellement du réacteur lui-même (neutrons, gammas de haute énergie) et des substances radioactives produites par l'action des neutrons sur tous les matériaux de structure qu'ils rencontrent. La radioprotection repose sur trois principes fondamentaux :

- Le principe de justification : L'exposition aux rayonnements ionisants est justifiée lorsque le bénéfice qu'elle peut apporter est supérieur aux inconvénients de cette utilisation.
- Le principe d'optimisation ou principe ALARA : les expositions individuelles et collectives doivent être maintenues aussi bas qu'il est raisonnablement possible en dessous des limites et ce, compte tenu de l'état des techniques et des facteurs économiques et sociétaux.
- Le principe de limitation : les expositions individuelles ne doivent pas dépasser les limites de dose réglementaires.

Le premier principe se traduit par la raison d'être de l'ILL qui est de faire progresser la connaissance scientifique. Le service chargé de la radioprotection est le garant des deux principes suivants qui se traduisent, par exemple, par la mise en place de méthodes de travail appropriées ou d'écrans de protections vis-à-vis des rayonnements.

Les agents de radioprotection sont présents auprès des personnels amenés à travailler dans des zones où les rayonnements ionisants sont présents afin d'effectuer des mesures et de proposer des moyens de protections adaptés. Leurs missions sont :

- La responsabilisation des acteurs qui passe par la formation et la sensibilisation de ces derniers.
- La prise en compte technique du risque radiologique dès la conception des nouvelles installations à risques radiologiques comme, par exemple, les nouveaux instruments de physique. La réalisation systématique d'un bilan dosimétrique prévisionnel lors des opérations à risque, et la recherche de moyens de limitation et d'optimisation des doses par la mise en place d'écrans de protection vis-à-vis des rayonnements par exemple.
- L'utilisation de moyens techniques performants pour la surveillance en continu des niveaux de rayonnements dans l'installation : Les agents de radioprotection exploitent ainsi une « chaîne de santé », qui regroupe une quarantaine de capteurs dans

l'installation. Ils réalisent également de nombreuses mesures dans les différentes zones de l'installation avant toute intervention de personnel ; ils sont présents lors des chantiers pour assister les opérateurs du point de vue de la radioprotection.

- L'organisation du suivi dosimétrique des personnels.

Faits marquants de l'année 2013

De façon générique, les actions suivantes ont été poursuivies en 2013 :

- Formation radioprotection des nouveaux arrivants et recyclage du personnel tous les trois ans ;
- Examen de toutes les interventions à risque radiologique en vue d'une optimisation ;
- Avis du service compétent en radioprotection sur les créations ou modifications d'équipement nucléaire ou d'activité se déroulant en milieu nucléaire.



Dans le processus d'amélioration systématique des postes de travail, on peut mentionner que les protections biologiques des instruments de physique IN16B et IN12 ont été optimisées suite aux mesures radiologiques effectuées lors de leur mise en service. Pour l'instrument IN16B, il s'agit de l'ajout d'un mur de protection vis-à-vis de la zone de circulation et, pour l'instrument IN12, de la rehausse du mur délimitant la zone expérimentale et de l'ajout d'une protection de plomb entre cet instrument et son voisin D33.

Dosimétrie du personnel : résultats

L'évaluation des doses reçues par les salariés en matière d'exposition externe est réalisée au moyen de deux types de dosimétrie conformément à la réglementation :

- La dosimétrie passive, qui repose sur l'utilisation de dosimètres à lecture différée dont la durée de port est le mois (travailleurs catégorie A) ou le trimestre (travailleurs catégorie B) : les travailleurs exposés aux rayonnements sont classés en catégorie A ou B selon qu'ils sont susceptibles de recevoir, dans les conditions normales de travail, des doses supérieures ou non à 6 mSv/an (le **Sievert** étant l'unité de mesure des doses). La limite annuelle pour les travailleurs de catégorie A est de 20 mSv/an.
- La dosimétrie opérationnelle qui repose sur l'utilisation de dosimètres électroniques permettant de mesurer en temps réel l'exposition reçue et qui délivrent des alarmes sur seuils prédéfinis de dose ou de **débit de dose**.

	ILL	EMBL	LTV*	Expérimentateurs	Entreprises intervenantes	Total
Nombre de personnes suivies	434	35	92	1470	489	2520
Nombre de doses nulles	349	35	79	1384	472	2319
Dose collective [Homme.mSv]	26,32	0	1,16	14,78	2,59	44,85
Dose individuelle maximale [mSv]	1,92	0	0,20	0,8	0,48	1,92
Dose individuelle moyenne [mSv]	0,061	0	0,013	0,010	0,005	0,018

*Long Term Visitor

Les doses nulles correspondent à des doses inférieures au seuil d'enregistrement des dosimètres, soit 0,05 mSv.

La dose collective passive reçue sur le site de l'ILL en 2013 est stable par rapport à celle de l'année 2012. La dose individuelle moyenne est très faible, 0,018 mSv. La dose individuelle maximale du site (1,92 mSv) a été reçue par une personne de l'ILL effectuant des travaux de maintenance mécanique. En ce qui concerne la répartition de la dose collective, il apparaît que l'ILL en reçoit la plus grande partie bien que son effectif ne représente que 17 % du nombre des personnes suivies sur le plan dosimétrique. Les expérimentateurs, qui constituent de loin la cohorte la plus nombreuse, reçoivent pour leur part une dose collective inférieure, leur dose individuelle moyenne se situant à un niveau très bas (0,010 mSv). On constate également que les entreprises extérieures ont une dosimétrie collective très faible. En effet, l'ILL réalise la plupart des chantiers radiologiques à l'aide de ses moyens propres et ne les sous-traite que lorsque leur spécificité l'exige.

Événements significatifs en matière de sûreté et de radioprotection

Généralités

Le retour d'expérience des installations nucléaires est organisé en priorité sur la base de la détection et de l'analyse des écarts et anomalies d'exploitation (par exemple, constatation lors d'un essai périodique, d'un défaut d'efficacité d'un filtre de la ventilation nucléaire).

L'ASN a défini aux exploitants nucléaires des critères précis de déclaration des événements significatifs dans les domaines de la sûreté, de la radioprotection et des transports. Chaque événement significatif fait l'objet d'une déclaration rapide, puis d'une analyse qui vise à établir les faits, à en comprendre les causes, à examiner ce qui pourrait se passer dans des circonstances différentes, pour finalement décider des meilleures solutions à apporter aux problèmes rencontrés. L'analyse des événements significatifs est ainsi un outil essentiel d'évaluation continue et d'amélioration de la sûreté.

Les événements déclarés à l'ASN, à l'exception des événements liés à l'environnement, sont accompagnés d'une proposition de classement dans l'échelle INES (voir tableau ci-dessous). Cette échelle est utilisée au plan international depuis 1991 et permet à l'ASN de classer tous les

événements se produisant dans les Installations Nucléaires de Base et lors des transports radioactifs. Elle se fonde sur trois critères de classement (colonnes 2, 3 et 4 du tableau).

En France, plusieurs centaines d'événements sont classés chaque année au niveau 0 et environ une centaine au niveau 1. Le niveau 2 ne concerne que quelques événements par an. Les incidents de niveaux plus élevés sont rares, y compris dans le monde. Le niveau maximal atteint en France est le niveau 4, avec, en 1980, l'endommagement du cœur à la centrale de Saint Laurent des Eaux. Le dernier accident de niveau 4 est l'accident de criticité de Tokai-mura en 1999 qui a fait deux victimes et occasionné de faibles rejets radioactifs. Le niveau 5 a été atteint en 1979 aux États Unis avec l'accident de la centrale de Three Mile Island (fusion partielle du cœur). L'accident ayant affecté 4 des 6 réacteurs de la centrale de Fukushima Daiichi a été classé au niveau 7, comme l'accident de Tchernobyl en 1986.

		CONSEQUENCES A L'EXTERIEUR DU SITE	CONSEQUENCE A L'INTERIEUR DU SITE	DEGRADATION DE LA DEFENSE EN PROFONDEUR
7	ACCIDENT MAJEUR	Rejet majeur : effets considérables sur la santé et l'environnement		
6	ACCIDENT GRAVE	Rejet important susceptible d'exiger l'application intégrale des contre-mesures prévues		
5	ACCIDENT	Rejet limité susceptible d'exiger l'application partielle des contres mesures prévues	Endommagement grave du cœur du réacteur ou des barrières radiologiques	
4	ACCIDENT	Rejet mineur : exposition du public de l'ordre des limites prescrites	Endommagement grave du cœur du réacteur ou des barrières radiologiques ou exposition mortelle d'un travailleur	
3	INCIDENT GRAVE	Très faible rejet : exposition du public représentant au moins un pourcentage des limites fixées par le guide AIEA*	Contamination grave ou effets aigus sur la santé d'un travailleur	Accident évité de peu ou perte des barrières
2	INCIDENT		Contamination importante ou surexposition d'un travailleur	Incidents assortis de défaillances importantes des dispositions de sécurité
1	ANOMALIE			Anomalie sortant du régime de fonctionnement autorisé
0	ECART			

Bilan 2013

En 2013, 1 événement significatif a été déclaré à l'Autorité de Sûreté Nucléaire au niveau 1 et 4 au niveau 0.

- 19/04/2013 – Non-conformité du circuit de sécurité - niveau 0

Lors des essais de chute des barres de sécurité, il a été établi que la défaillance d'un seul relais pouvait augmenter significativement le temps de chute des barres. En cas de rupture du doigt de gant H10 (événement susceptible de produire le plus fort échelon de réactivité), cette défaillance pourrait engendrer un endommagement du cœur.

Causes de l'événement : Cette anomalie est due à la conception ancienne du circuit de sécurité.

Conséquences réelles : aucune

Conséquences potentielles : risque d'endommagement du cœur en cas de rupture du doigt de gant H10.

Actions correctives : Le seuil de puissance maximale générant la chute des barres de sécurité a été immédiatement baissé à une valeur permettant la protection du cœur en cas d'échelon de réactivité concomitante avec la défaillance du relais. La carte relais finaux a ensuite été modifiée pour pallier à la défaillance de ce relais.

- 24/04/2013 – Endommagement des câbles de liaison bâtiment réacteur-PCS ; Niveau 0

Lors du chantier de mise en place des palplanches pour la construction du bâtiment ILL5F, les câbles ont été soumis à des mouvements de terrain et ont été endommagés rendant indisponibles les réchauffeurs du circuit d'effluents gazeux (EG) et le circuit d'eau de secours (CES).

Causes de l'événement : l'analyse du risque d'endommagement lié à la mise en place des palplanches était incomplète.

Conséquences réelles : la durée d'indisponibilité qui est de 8h pour le circuit EG et pour le CES a été dépassée.

Conséquences potentielles : les circuits EG et CES étaient potentiellement indisponibles en cas de séisme

Actions correctives : les câbles ont été remplacés et les circuits remis en service. Ce risque a été mieux pris en compte dans les chantiers suivants.

- 15/07/2013 – Présence d'un faisceau gamma à l'extérieur du réacteur - niveau 1.

Lors de leur sortie du bâtiment ILL22, deux expérimentateurs ont constaté un débit de dose gamma anormalement élevé à l'extérieur. Après investigation par le SRSE, il s'est avéré qu'un faisceau gamma en provenance de l'instrument GAMS 6 sortait du bâtiment réacteur.

Causes de l'événement : les causes suivantes ont été identifiées :

- Non-respect du DSI (Dossier de Sécurité) par l'expérimentateur
- Beam stop (écran d'arrêt du faisceau) démonté en bout de ligne
- Pas de vérification de la présence du beam stop
- Pas de vérification de l'efficacité du beam stop
- Les signataires du DSI en vérification ne mettent pas en évidence les lacunes précédentes

Conséquences réelles : Seize personnes ont été potentiellement légèrement exposées au rayonnement gamma : doses estimées entre 60 et 560 μSv .

Conséquences potentielles : En supposant de façon pénalisante qu'une personne soit restée parfaitement immobile pendant 5 minutes dans le faisceau, son exposition aurait été de 6 mSv au maximum.

Actions correctives : L'instrument a été consigné en attente de remise en conformité. Un groupe de travail a été constitué afin de revoir les modalités d'établissement des DSI.

- 29/08/2013 – Rupture d'une élingue lors de la manutention de la bride BRISP – niveau 0.

Causes de l'événement : La cause la plus probable est le pincement de l'élingue lors d'une manutention précédente.

Conséquences réelles : chute de la bride et endommagement de cette dernière

Conséquences potentielles : Blessure très grave de l'opérateur qui était sous la bride pour vérifier le bon dégagement des pions de centrage.

Actions correctives :

- Etat des lieux de toutes les élingues et retrait de celles ayant dépassé la date de contrôle.
- Rappel des règles essentielles pendant une manutention
- Changement de conception pour le centrage des brides

- 05/09/2013 – Non-respect de la RGE N° 5 - niveau 0.

La périodicité de l'essai des balises de radioprotection en sortie du site a été dépassée de 2 jours.

Causes de l'événement : L'événement est dû à une erreur de planification de l'essai périodique bimensuel

Conséquences réelles : aucune

Conséquences potentielles : aucune

Actions correctives : l'essai périodique a immédiatement été effectué.

Résultats des mesures des rejets liquides et gazeux

Les rejets liquides et gazeux de l'ILL sont régis par l'arrêté du 3 août 2007. Cet arrêté a été établi sur la base d'une étude d'impact environnemental réalisée par l'ILL qui a été présentée en enquête publique en 2007.

Les rejets gazeux

La surveillance des effluents radioactifs gazeux est assurée au niveau de 2 émissaires, en aval des systèmes de filtration des effluents :

- La cheminée de 45 m du réacteur
- La cheminée de 17 m du bâtiment de détritiation

Les rejets gazeux sont classés en 5 catégories de radionucléides :

- Les gaz autres que le tritium
- Le tritium
- Les iodes
- Les aérosols
- Le carbone 14

Les 5 catégories sont quantifiées à la cheminée de 45 mètres du réacteur, par deux ensembles de chaînes de mesure redondantes. Le bâtiment de détritiation n'étant susceptible de rejeter que du tritium, sa cheminée de 17 mètres est équipée de deux mesures tritium redondantes.

Les rejets en gaz sont quantifiés par la voie de mesure des gaz temps réel et par un prélèvement représentatif hebdomadaire mesuré en laboratoire pour établir le spectre des radioéléments gazeux. Le tritium et le carbone 14 sont piégés en continu par barbotage, les barboteurs étant relevés et mesurés chaque semaine en laboratoire. Les iodes et les aérosols sont prélevés en continu respectivement sur cartouche de charbon actif et sur filtre mesurés également chaque semaine en laboratoire.

Le tableau suivant présente les rejets gazeux en 2013 exprimés en **Tera-Becquerel (TBq)** ou en **Mega-Becquerel (MBq)**

EFFLUENTS GAZEUX	Rejets 2013	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Gaz rares (TBq)	0,86	10
Tritium (TBq)	12	75
Carbone 14 (TBq)	0,46	2
Iodes (MBq)	0,86	1000

Aérosols (MBq)	0,11	100
----------------	------	-----

Le principal gaz rare radioactif émis est l'argon 41 (^{41}A) qui possède une période radioactive courte (2 heures). Ce gaz provient majoritairement de l'activation par les neutrons de l'air contenu dans l'eau légère de la piscine réacteur.

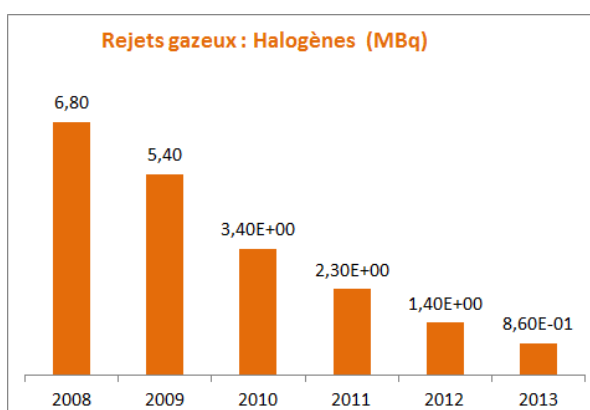
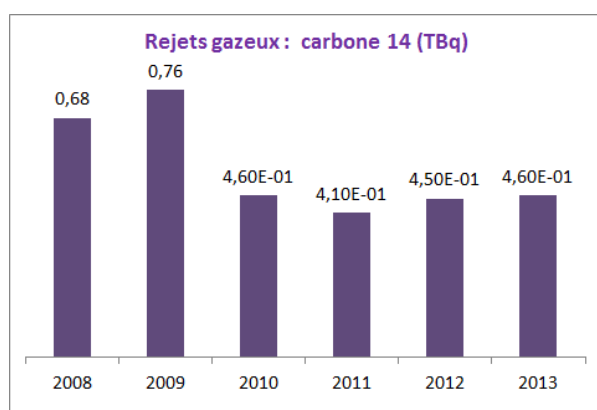
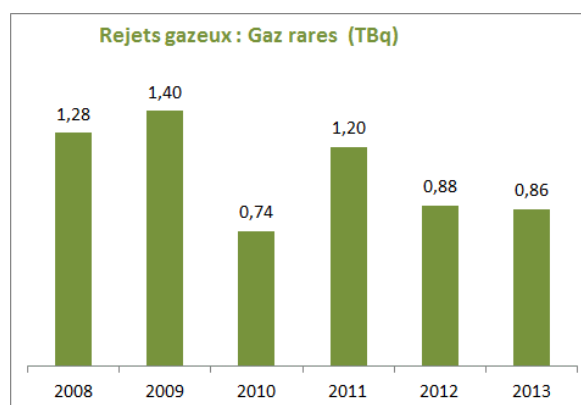
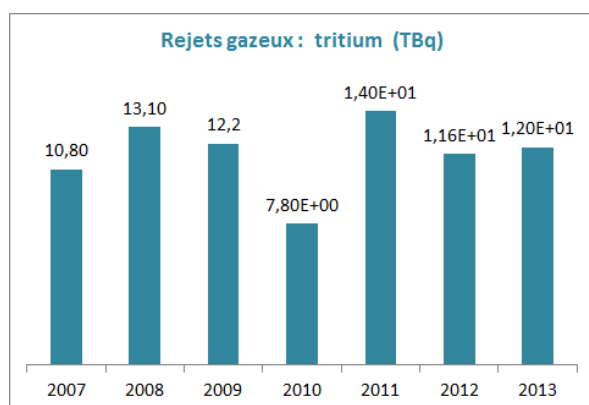
Le tritium (^3H), dont la période radioactive est de 12 ans, provient quant à lui principalement de l'activation du deutérium, contenu dans l'eau lourde. Une infime partie de ce tritium est rejetée par évaporation lors des ouvertures de circuits contenant de l'eau lourde.

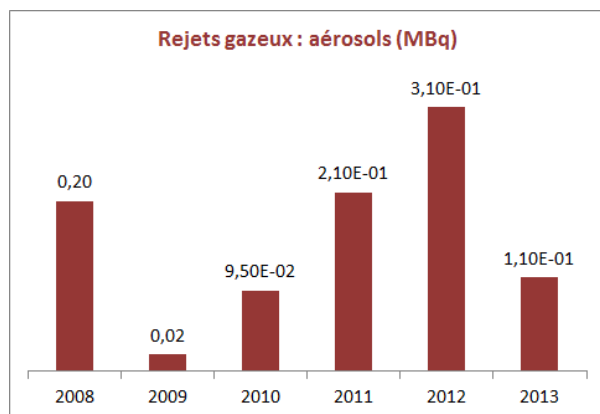
Le Carbone 14 (^{14}C), dont la période radioactive est de 5730 ans, provient principalement de l'activation par les neutrons de l'oxygène 17 (^{17}O).

L'iode 131 (^{131}I), dont la période est de 8 jours, est un produit de fission. Il peut provenir principalement, dans le cas des rejets, d'une expérience située sur l'un des canaux de neutrons où sont irradiées de petites cibles de matière fissile.

Les aérosols proviennent principalement de la découpe en cellule chaude (cellule blindée et ventilée) où des opérations peuvent être réalisées par télémanipulation sur des structures très radioactives) de structures activées. Le radioélément prépondérant est le Cobalt 60 (^{60}Co).

Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets par catégorie depuis 2007 :





Les rejets gazeux restent en deçà des autorisations avec une marge significative ; l'évolution depuis 2008 montre une relative stabilité. En 2010, les rejets sont globalement plus faibles qu'en 2008 et 2009, car il n'y a eu que 2,5 cycles de fonctionnement du réacteur au lieu de 4 en 2009. Les rejets de l'année 2011 (4 cycles de fonctionnement) sont en cohérence avec ceux de 2009. Ceux de 2012 et 2013 sont légèrement plus faibles qu'en 2011, dû au fait que seulement 3 cycles réacteur ont été réalisés chaque année.

Il est à noter qu'en ce qui concerne les rejets d'halogènes et d'aérosols, les activités rejetées sont rarement supérieures à la limite de détection qui est de l'ordre de quelques millièmes de l'autorisation de rejet.

Les rejets liquides

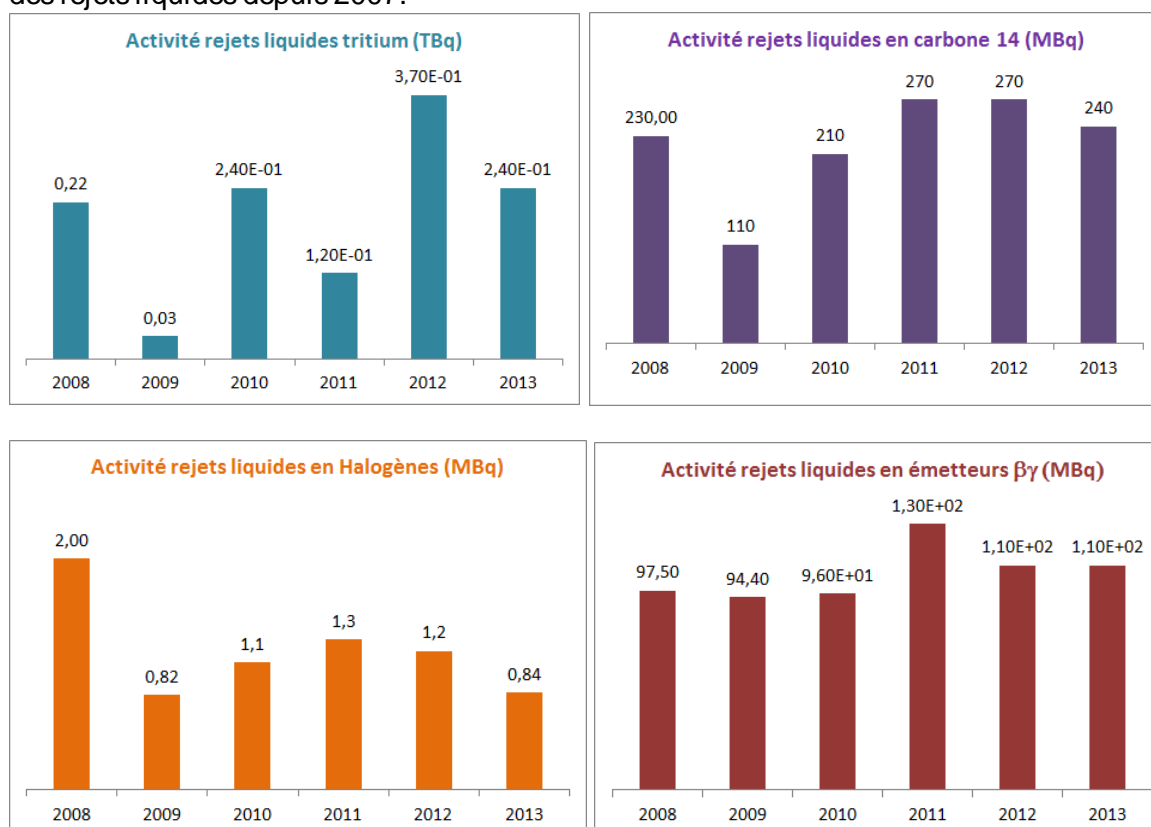
L'émissaire par lequel sont effectués et contrôlés les rejets liquides dans l'Isère est situé 1 km en amont de son confluent avec le Drac. Il s'agit d'une canalisation dont l'extrémité est placée dans le lit de l'Isère. C'est en ce point qu'est réglementée l'autorisation figurant dans l'arrêté du 3 août 2007. Avant rejet dans la canalisation menant au point de rejet, les effluents liquides sont stockés dans des cuves internes à l'installation. Ils y sont caractérisés sur la base d'un prélèvement représentatif effectué après brassage de la cuve. Les mesures effectuées sont les suivantes :

- Vérification de l'absence d'émetteurs alpha
- Emetteurs beta/gamma
- Iodes
- Tritium
- Carbone 14

Le tableau suivant présente le bilan pour 2013 :

EFFLUENTS LIQUIDES	Rejets 2013	Limite annuelle Arrêté du 03/08/2007
Tritium (TBq)	0,37	1
Carbone 14 (MBq)	270	1500
Iodes (MBq)	1,2	100
Emetteurs beta/gamma (MBq)	110	1000

Ces rejets représentent un volume de 792 m³. Les histogrammes suivants présentent l'évolution des rejets liquides depuis 2007.



Les rejets sont largement en deçà des autorisations et restent relativement stables depuis 2008 ; il sont néanmoins plus faibles en 2009 du fait de l'indisponibilité de l'installation de rejet pendant une partie de l'année en raison des travaux relatifs à la reprise de l'exploitation de cette installation auparavant exploitée par le CEA.

Les rejets non radioactifs

Les rejets non radioactifs concernent les eaux pluviales et les eaux issues du pompage dans la nappe phréatique. Ces eaux sont rejetées dans l'Isère. L'arrêté rejet du 3 août 2007 donne des limites en termes de concentrations moyennes sur 24 heures. Le tableau suivant compare les valeurs maximales mesurées et les limites.

Paramètre mesuré	Valeur Maximale 2013 en mg/l	Valeur maximale autorisée Arrêté du 03/08/2007
PH	8,5	6<PH<8,5
DBO5 (Demande biologique en oxygène à 5 jours)	1	30
DCO (Demande chimique en oxygène)	33	125
MEST (Matières en suspension totales)	22	35
Azote global	1,35	30
Phosphore total	0,12	10
Hydrocarbures totaux	<0,1	10
Sulfates	51	600
Carbonates	0	100
Nitrates	6,1	30
Sels	283	30000
Métaux	0,8	5

Impact des rejets sur l'environnement

En 2007, une étude d'impact a été réalisée afin d'évaluer par le calcul les conséquences radiologiques maximales des rejets liquides et gazeux de l'ILL pour les populations résidant à proximité de l'installation. Le terme source (c'est-à-dire les quantités d'effluents gazeux et liquides) pris en compte dans cette étude, correspond aux limites de rejets par catégories figurant dans l'arrêté rejet du 3 août 2007. L'impact des rejets de l'année 2013 a été calculé en retenant les mêmes hypothèses que dans l'étude de référence.

Impact des rejets gazeux

Le calcul de l'impact des rejets gazeux consiste à modéliser les transferts des éléments radioactifs dans l'environnement depuis la cheminée du réacteur jusqu'à l'homme, ce, pour toutes les voies d'exposition possibles qui sont :

- **L'exposition externe due à l'irradiation par les radioéléments présents dans le panache radioactif** rejeté à la cheminée de l'installation.
- **L'exposition externe due aux dépôts au sol** : elle résulte du dépôt au sol d'une fraction des radioéléments contenus dans le panache.
- **L'exposition interne due à l'inhalation** des radioéléments contenus dans le panache
- **L'exposition interne due à l'ingestion de produits végétaux et animaux**, eux-mêmes contaminés par le dépôt d'une fraction des radioéléments contenus dans le panache.

Les calculs reposent sur des modèles reconnus et sur un grand nombre de paramètres et d'hypothèses dont la validité repose soit sur des références bibliographiques reconnues, soit sur des études de sensibilité afin d'aboutir à un calcul majorant. Par exemple, pour ce qui concerne l'exposition due à l'ingestion de produits végétaux et animaux, il est supposé que ces derniers sont tous produits localement et qu'ils sont donc contaminés par les dépôts du panache radioactif (hypothèses correspondant au groupe de référence majorant « Fontaine en autarcie » dans l'étude d'impact de 2007).

Impact des rejets liquides

Le calcul de l'impact des rejets liquides consiste à modéliser les transferts des éléments radioactifs dans l'environnement depuis l'émissaire situé dans l'Isère jusqu'à l'homme. Il dépend du transfert de la radioactivité le long du cours d'eau (dilution, sédimentation), des transferts dans les sols, les végétaux dus à l'irrigation, des transferts aux animaux via l'eau en tant qu'eau de boisson ou via les végétaux contaminés qu'ils ingèrent.

Les voies d'exposition possible pour l'homme sont :

- **L'exposition interne par ingestion directe d'eau contaminée**
- **L'exposition interne par ingestion de poissons**
- **L'exposition interne par ingestion de produits végétaux et animaux contaminés par l'irrigation**

Comme pour le calcul des rejets gazeux, les modèles utilisés sont des modèles reconnus et les hypothèses sont majorantes, comme par exemple l'hypothèse faite que toute l'eau de boisson est constituée d'eau de l'Isère (hypothèses correspondant au groupe de référence majorant « Saint-Egrève Max » dans l'étude d'impact de 2007).

Le tableau suivant présente les résultats d'exposition ; les doses efficaces sont en micro Sievert (soit 1 millionième de sievert).

2013	Adulte (μSv)	Enfant (μSv)	Bébé (μSv)
Impact rejets gazeux	0,144	0,113	0,169
Impact rejets liquides	0,0057	0,0041	0,0047

L'impact des rejets est donc extrêmement faible ; il faut en effet savoir qu'une dose de 1 micro-Sievert correspond à moins d'une journée d'exposition à l'irradiation naturelle provenant des rayonnements cosmiques et telluriques mesurée dans la cuvette grenobloise (soit 60 nano-sievert par heure).

Gestion des déchets radioactifs

En matière de gestion des déchets radioactifs, la priorité est donnée à l'envoi des déchets aussitôt que possible après leur production vers les filières d'évacuation existantes. L'ensemble des zones de production est sectorisé afin d'identifier en amont les zones de production des déchets nucléaires et les zones de production de déchets conventionnels. Le « zonage déchet » de l'installation est décrit dans un document et matérialisé sur le terrain de façon claire pour les utilisateurs. Le SRSE a la responsabilité de la gestion des déchets.

Quantité de déchets évacués en 2013

Déchets de laboratoire

Les déchets de laboratoire sont évacués directement vers l'ANDRA par la filière du nucléaire diffus. Au cours de l'année 2013, 8 fûts de 120L et 3 bonbonnes de 30L ont été ainsi évacués.

Déchets TFA

3 caissons de 5 m³ de déchets TFA ont été expédiés en 2013.

Déchets FA/MA/HA

3 fûts de 200 l d'huile ont été expédiés vers SOCODEI-CENTRACO.
9 caissons de 5 m³ ont été expédiés vers l'ANDRA (Centre de Stockage de l'Aube).

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2012

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	50 TBq	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	20 TBq	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	30 TBq	³ H, PA
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	60 TBq	³ H, PA
Déchets tritiés			
• Huile/Solvant	1,5 m ³	27 TBq	³ H
• Déchets solides	0,25 m ³	210 TBq	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	5,74 m ³	1,5 TBq	³ H, PA
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	20 m ³	0,5 GBq	³ H, PA
• Déchets inertes (béton)	80 m ³	1 GBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	66 m ³	260 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	32 m ³	400 GBq	³ H, PA
• Fûts 120L PEHD incinérables	5520 l	1 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	28 800 l	40 MBq	PA, ³ H, α
• Déchets de laboratoire	240 l	2 MBq	³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1650 l	300 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	10 m ³	10 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	2000 l	3 MBq	PA
• Déchets liquides	1000 l	3,5 GBq	³ H, PA, α

Quantité de déchets présents dans l'installation en fin d'année 2013

Nature des déchets	Volume	Activité	Radioéléments présents
Déchets de démantèlement			
• 1 source chaude	0,5 m ³	9 TBq *	PA, ³ H (Produits d'Activation)
• 1 cheminée	0,9 m ³	14 TBq *	PA, ³ H
• 1 porte combustible	0,15 m ³	6 TBq *	PA, ³ H
• 1 grille rabattue	0,3 m ³	12 TBq *	PA, ³ H
Déchets tritiés			
• Huile/Solvant	0,9 m ³	15 TBq *	³ H, PA
• Déchets solides	0,25 m ³	100 TBq *	³ H
Déchets divers			
• Résines échangeuses d'ions	5,8 m ³	1,5 TBq	³ H, PA
Déchets TFA			
• Déchets solides conditionnés	5 m ³	0,5 GBq	PA
• Déchets inertes (béton)	90 m ³	5 MBq	PA
• Déchets d'exploitation (métalliques compactables)	76 m ³	300 MBq	PA
Déchets conditionnés			
• Caissons métalliques	15 m ³	400 GBq	PA, ³ H
• Fûts 120L PEHD incinérables	5520 l	1 GBq	PA, α
• Fûts 200L incinérables	28 800 l	40 GBq	PA, ³ H, α
• Déchets de laboratoire	1140 l	39 MBq	³ H, ¹⁴ C, ³² P
Déchets en attente de conditionnement			
• Déchets solides activés	1800 l	360 TBq	³ H, PA
• Déchets solides divers	10 m ³	10 GBq	³ H, PA
• Déchets incinérables	14000 l	21 GBq	PA
• Déchets liquides	1000 l	3,5 TBq	³ H, PA, α

*L'activité a été réévaluée en tenant compte de la décroissance.

Glossaire

AIEA : L'Agence Internationale de l'Energie Atomique est une organisation qui dépend directement du Conseil de sécurité des Nations unies. Fondée en 1957 et basée à Vienne, en Autriche, elle cherche à promouvoir les usages pacifiques de l'énergie nucléaire et à limiter le développement de ses applications militaires.

ANDRA : Agence Nationale pour la gestion de Déchets Radioactifs : Etablissement public à caractère industriel et commercial chargé de la gestion et du stockage des déchets radioactifs solides.

ASN : Autorité de sûreté Nucléaire. Autorité administrative indépendante créée par la loi n° 2006-686 du 13 Juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité nucléaire (dite « loi TSN »), chargée de contrôler les activités nucléaires civiles en France. L'ASN assure, au nom de l'état, le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés à l'utilisation du nucléaire. Elle contribue à l'information des citoyens (www.asn.fr).

Rayonnements ionisants : Les éléments radioactifs présents dans notre environnement émettent, lors de leurs désintégrations, des rayonnements alpha, bêta et gamma. Les rayonnements gamma sont des ondes électromagnétiques tandis que les rayonnements alpha et bêta sont des particules qui sont respectivement un noyau d'hélium et un électron. Ces rayonnements produisent des ionisations dans la matière qu'ils traversent et sont de ce fait potentiellement dangereux pour les organismes vivants.

Période radioactive : c'est le temps au bout duquel l'activité (nombre de désintégrations par seconde) d'une source radioactive a décru d'un facteur 2.

Becquerel : Unité de mesure de la radioactivité, c'est-à-dire le nombre d'atomes radioactifs qui se désintègrent par unité de temps (1 Bq = 1 désintégration par seconde). On utilise couramment des multiples du Bq : 1MBq = 1 million de Bq, 1GBq = 1 milliard de Bq, 1 TBq = 1000 milliard de Bq.

Fission : La fission nucléaire est le phénomène par lequel le noyau d'un atome lourd (noyau qui contient beaucoup de nucléons, tels les noyaux d'uranium et de plutonium) est divisé en 2 ou 3 nucléides plus légers après une collision avec un neutron ou de façon spontanée. Cette réaction nucléaire se traduit aussi par l'émission de neutrons, de rayonnements gamma et un dégagement d'énergie très important (environ 200 MeV, à comparer aux énergies des réactions chimiques qui sont de l'ordre de l'eV).

Exposition externe : L'exposition externe de l'homme aux rayonnements provoque une irradiation externe. Elle a lieu lorsque celui-ci se trouve exposé à des sources de rayonnements qui lui sont extérieures (substances radioactives sous forme de nuage ou de dépôt sur le sol, sources à usage industriel ou médical...).

Exposition interne : L'exposition interne est possible lorsque des substances radioactives se trouvent à l'intérieur de l'organisme. Celles-ci provoquent une irradiation interne. Elles ont pu pénétrer par inhalation, par ingestion, par blessure de la peau, et se distribuent ensuite dans l'organisme. On parle alors de contamination interne. Celle-ci ne cesse que lorsque les substances radioactives ont disparu de l'organisme après un temps plus ou moins long par élimination naturelle et décroissance radioactive ou par traitement.

Mesure des effets des rayonnements sur l'homme

- La dose absorbée par la cible des rayonnements est définie comme l'énergie reçue par unité de masse de la cible, en joules par kilogramme, c'est-à-dire en Grays (Gy) dans le système SI. On définit également un **débit de dose**, c'est-à-dire l'énergie absorbée par kilogramme et par unité de temps, c'est-à-dire en gray par heure (Gy/h).
- La dose équivalente, H, est la dose absorbée pondérée d'un facteur représentant la nocivité du type de rayonnement considéré. L'unité du Système International (SI) est le **Severt** (Sv).
- **La dose efficace**, E est la somme pondérée des doses équivalentes H_T aux organes et tissus T irradiés. Elle rend compte du risque d'apparition de cancer. L'unité utilisée est également le Severt.

Avis du CHSCT



CHSCT

Grenoble, le 23 juin 2014
DIR/SRSE-14/313-OD/ss

Procès verbal du CHSCT extraordinaire du 23.06.2014 relatif au rapport TSN 2013 (Transparence et Sécurité Nucléaire)

Conformément à la loi n°2006-686 du 13 Juin 2006 (article 21), le rapport TSN a été soumis au CHSCT.

Les recommandations émises lors de cette réunion ont été prises en compte dans l'établissement de la version définitive de ce rapport.

De ce fait, le CHSCT approuve le rapport TSN 2013.

Secrétaire CHSCT, Olivier DUNY